

Барабанов Д.Д.

МЕТОДЫ ПОСЛЕЭКСПЛУАТАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ СОСТОЯНИЯ РЕАКТОРНЫХ СБОРОК БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРОВ

Аннотация. «Горячая камера» энергоблока АЭС – это исследовательский комплекс, предназначенный для изучения реакторных сборок и тепловыделяющих элементов. В настоящее время существует множество методов исследования реакторных сборок, основная часть будет представлена в статье.

Ключевые слова: тепловыделяющая сборка, твэл, горячая камера, АЭС

Abstract. A hot cell of nuclear power plant's power unit is a researching laboratory, where reactor assemblies are investigating for safety after work in nuclear reactor. Nowadays different methods for reactor assemblies' exploration exist. The most of these methods are mentioned in this abstract.

Keywords: reactor assembly, reactor pin, hot cell, NPP

Для обеспечения ядерной безопасности реакторной установки (РУ) и других систем, важных для безопасности (СВБ), среди прочих, предъявляются следующие требования [1]:

- изменение состава, конструкции или характеристик РУ и (или) СВБ, а также условий эксплуатации атомной станции (АС), не может быть выполнено без внесения соответствующих изменений в проекты РУ и АС;
- при разработке проектов РУ и (или) при модернизации активной зоны реактора с использованием новых конструкций тепловыделяющих сборок (ТВС), новых композиций ядерного топлива, совершенствования систем управления и защиты (СУЗ) и других СВБ, должны быть выполнены необходимые стендовые и реакторные исследования, достаточность которых должна быть показана в проекте для выполнения критериев безопасности;
- в целях поддержания и подтверждения проектных характеристик системы и элементы, важные для безопасности, должны проходить контроль и испытания в процессе изготовления, монтажа и наладки, а также периодическую проверку в процессе эксплуатации.

Методология контроля

Надежность получаемых данных контроля работоспособности элементов и материалов реакторных сборок определяется, в основном, степенью проработки методологии его осуществления и уровнем

методического обеспечения. Методология контроля работоспособности полноразмерных сборок реактора БН-600 базируется на традиционных принципах реакторного материаловедения применительно к условиям эксплуатации промышленного энергоблока.

Контроль заключается, в проведении массовых первичных после реакторных исследований состояния сборок и их комплектующих элементов. Отличительной особенностью, является организация работ в «горячей» камере (ГК), в отделении разделки которой (ОРГК), проводится разборка реакторных сборок и затем осуществляются исследования их элементов с помощью различных мобильных установок, последовательно подаваемых в ОРГК с мест хранения в отделении перегрузки (ОПГК). Элементы сборок, во время исследований, постоянно находятся в ОРГК. Традиционно, в аналогичных отечественных и зарубежных исследовательских центрах, разделка и исследования проводятся в специализированных камерах, соединяющихся между собой устройствами передачи сборок и их элементов из отделения в отделение, в которых установлено стационарное исследовательское оборудование.

В результате массовых первичных после реакторных исследований, проводимых в «горячей» камере и бассейне выдержки БН-600, собираются экспериментальные данные по влиянию отдельных факторов на поведение штатных и экспериментальных ТВС, РО СУЗ. Получаемая информация, необходима для анализа работоспособности и безопасности существующих конструкций элементов активных зон быстрых реакторов и оптимизации разрабатываемых конструкций, конструкционных материалов, режимов их эксплуатации в модернизированных активных зонах при поэтапном повышении их ресурсных характеристик.

Объекты исследования определяются целями реакторных испытаний, опытов и выявления причин выхода из строя штатных реакторных сборок. Реакторные испытания и штатная эксплуатация реакторных сборок сопровождаются обязательным этапом анализа расчетно-экспериментальных данных условий, их эксплуатации в реакторе и всей историей обращения со сборками, от изготовления до утилизации.

При постановке задач, после реакторных исследований, выбираются представительные сборки из числа отработавших в реакторе. Сборки на исследования, как правило, выбираются коллегиально, всеми заинтересованными организациями. Сборки следующих типов:

– экспериментальные сборки, в которых применены новые материалы или новые конструкторские решения, для повышения их ресурса и надежности. Реакторные ресурсные испытания таких сборок проводятся поэтапно. Ресурс этапов испытаний назначается на основе расчетно-экспериментального обоснования, базирующегося на накопленном опыте облучения материалов, конструкций и их после реакторных исследований.

– штатные сборки, которым назначается повышенный ресурс, с целью определения границ достижения предельного состояния работоспособности по различным эксплуатационным параметрам.

– штатные аварийные сборки, с преждевременной выработкой ресурса, которая обусловлена, как правило, или недостатками в проработке материалов и конструкций, или отклонениями в технологиях их изготовления, или особенностями эксплуатации сборок.

– экспериментальные устройства, предназначенные для проведения облучения конструкционных материалов и наработки изотопов.

До начала 1990-х годов внедрение новых конструкций и материалов для использования в быстром реакторе большой мощности происходило поэтапно. Первоначально изучались образцы конструкционных материалов лабораторных и опытно-промышленных плавов после имитационного и реакторного облучения в исследовательских и/или опытно-промышленных реакторах типа БР, БОР-60, БН-350, БН-600. После первичного отбора материалов и изготовления из них сборок, проводились реакторные испытания экспериментальных сборок в быстрых реакторах небольшой мощности и всесторонние после реакторные исследования в «горячих» лабораториях отрасли. В результате, проработанные материалы и конструкции, в составе полномасштабных экспериментальных сборок, поступали (и поступают) в реактор большой мощности БН-600 на испытания, после которых проводятся первичные после реакторные и последующие материаловедческие исследования. На основании результатов исследований и экспертной процедуры принимаются решения о внедрении конструкций в штатную эксплуатацию. В последние двадцать лет, с накоплением опыта исследований, предпочтение, всё больше, отдаётся форсированным реакторным испытаниям полномасштабных сборок.

Таблица 1

Методики послеэксплуатационного контроля

Методика	Назначение, цель
Визуальный контроль	<ul style="list-style-type: none"> - внешний вид составных элементов - видимые изменения от различных воздействий - определение кривизны, спиральности - выявление дефектных участков
Определение геометрических размеров сборок	<ul style="list-style-type: none"> - измерение размеров диагоналей и между гранями шестигранного сечения в зависимости от высоты сборки - определение дозотемпературных зависимостей и параметров распухания, ползучести чехловых материалов
Определение геометрических размеров оболочек элементов (профилометрия)	<ul style="list-style-type: none"> - измерение удлинения - измерение внешнего диаметра оболочки по высоте элемента - измерение овализации оболочки на различных участках - определение профиля поперечного сечения оболочки - определение дозотемпературных зависимостей и параметров распухания оболочечных материалов
Определение параметров внутритвэльного газа	<ul style="list-style-type: none"> - определение газового объема твэла - определение давления газа под оболочкой - определение количества накопившегося газа (при нормальном давлении)

Гамма-спектрометрические исследования	<ul style="list-style-type: none"> - определение нуклидного состава гамма-излучателей на различных участках сборки и её элементов - определение герметичности твэлов по наличию криптона-85 в газовой полости - установление пространственных распределений активности радионуклидов
---------------------------------------	---

В таблице 1 представлена общая характеристика основных методов первичных после реакторных исследований, с помощью которых осуществляется визуальный контроль состояния сборок в целом, и после их разделки (разборки), измеряют геометрические размеры элементов, определяются герметичность твэлов и параметры внутритвэльного газа, состояние топливных сердечников и распределение продуктов деления и активации. Для обнаружения дефектов оболочек, применяется импульсная вихретоковая дефектоскопия, измеряется электросопротивление оболочек. Для отдельных твэлов, проводилась нейтронная радиография, измерения термического сопротивления зазора между топливом и оболочкой, определение коэффициента линейного расширения оболочек твэлов. В настоящее время эти методы не применяются. Наибольшая ценность результатов первичных после реакторных исследований, заключается в оперативности их получения. Такая информация, в числе первых, используется для выбора образцов, отправляемых на более детальные материаловедческие исследования, проводимых с помощью разрушающих методов. В ряде случаев, до получения рекомендаций материаловедческих организаций, оперативно принимаются решения о продлении или прекращении эксплуатации конструкций. Цель осмотра - описание общего состояния сборок (стабильность внешнего вида, видимые изменения от различных воздействий), выявление дефектных участков (его вида, размеров, местоположения), обнаружение отложений и налета, покрывающих поверхность. Типичные результаты визуального осмотра ТВС как конструкции в целом, так и отдельных элементов, представлены на рисунке 2. Такая информация, получаемая уже на первом этапе исследований, во многом даёт представление о состоянии сборок и материалов на различных этапах обращения с ними, вплоть до отправки на утилизацию.

Как показали материаловедческие исследования, основные причины разрушения состояли в охрупчивании материала чехла при значительном его распухании, из-за неоднородности структуры материала по граням чехла и образования σ -фазы. Дефектным ОТВС заменили головки, разрушенную ОТВС разобрали потвэльно и отправили на завод регенерации топлива.

Профилометрия.

Измерительный модуль включает в себя два взаимно-перпендикулярные измерительные устройства, каждая из которых, содержит по два первичных индуктивных датчика-преобразователя

линейных перемещений, типа "магнитная линейка". Конструкция каждого из измерительных устройств представляет собой измерительную скобу с плоскопараллельным перемещением щупов в плоскости, перпендикулярной оси стержневого изделия. Первичные преобразователи закреплены на подвижных щупах измерительных скоб и своими плунжерами отслеживают изменение расстояния между щупами, равное изменению диаметра образца.

Данные по каждому датчику и их суммам (разницам) передаются по ПВВ, хранятся и обрабатываются в ПК.

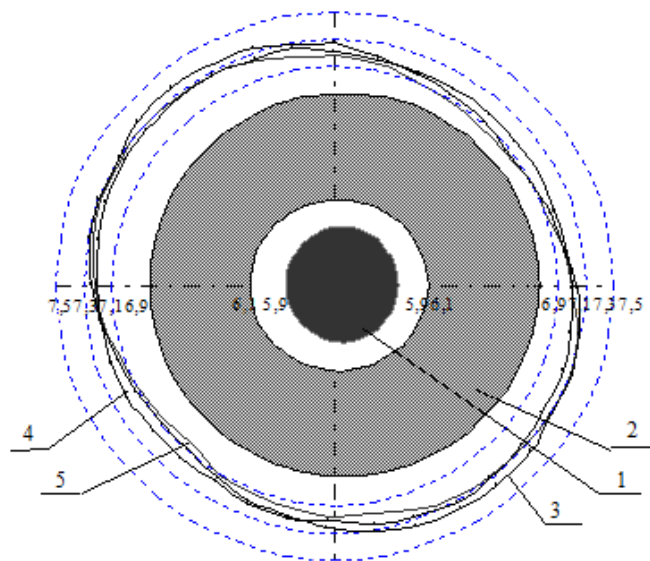


Рис.1. Типичная радиальная профилограмма твэл БН-800: 1 – топливный сердечник, 2 – оболочка, 3-5 сечения в различных областях активной части твэл

Гамма-спектрометрия.

Установка для высокоактивных гамма-спектрометрических состоит из устройства для перемещения элемента - излучателя, коллимационной системы; счетного спектрометрического тракта.

При измерениях, основной вклад в формирование фонового спектра гамма-излучения, вносят такие р/а нуклиды, как Mn-54, Co-60, Cs-137 – продукты активации компонентов конструкционных материалов и деления топлива. Стандартная процедура проверки на герметичность твэлов заключается в анализе результатов измерений относительной активности криптона-85 в газовой полости всех твэлов сборки. Твэлы с отсутствием криптона-85 в ГП, или с пониженной его активностью, по отношению к усредненной по сборке, относятся к подозреваемым на не герметичность. По содержанию изотопа цезия-134 в газовой полости, можно судить о содержании в ней ксенона-133, который к моменту проведения измерений распадается. Методика расчёта относительного выхода ксенона из топлива представлена в работе [2], основные результаты расчётов газовыделения для

штатного топлива (диоксид урана) и для смешанного уран-плутониевого оксидного топлива приведены в [3].

Исследование высотных распределений легко мигрирующих коррозионно - активных продуктов деления цезия-137, цезия-134 позволяет определять местоположение возможных зон коррозионного взаимодействия по координатам пиков их активности. Однако, необходимо помнить, что в твэлах с таблеточным топливом из диоксида урана или с таблеточным МОКС-топливом, из-за их расхолаживания, пики активности нуклида цезия-137 наблюдаются, как правило, на границе активной зоны с экранами; встречаются пики и в разных частях активной части. В целом, активность цезия возрастает к нижнему концу АкЗ и к нижней части газовой полости. В твэлах с несплошностями топливного столба в местах разрывов, наблюдается скопление цезия-137, цезия-134.

По куполообразному распределению активности слабо мигрирующих продуктов деления (Nb-95, Zr-95), по длине активной зоны твэлов с помощью эталонных образцов с погрешностью ± 1 мм, определяется длина топливных сердечников.

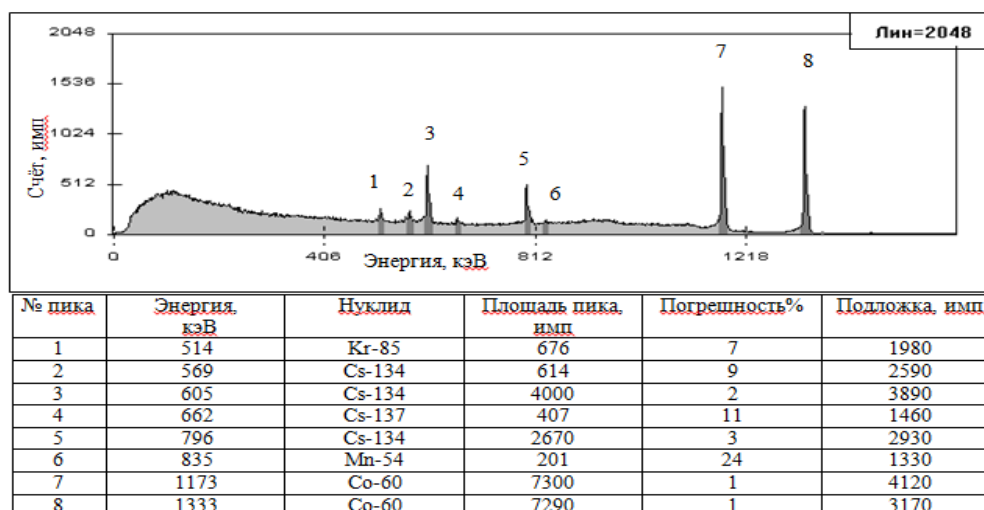


Рис.2. Типичная спектрограмма твэл быстрого реактора

Измерения параметров внутритвэльного газа.

Измеряемые параметры давления газа и свободного объема в отработавших твэлах, необходимы для прогнозирования степени газовыделения из топлива, с ростом выгорания, оценки напряжений, возникающих в оболочке при эксплуатации твэлов, под действием давления внутритвэльного газа. По результатам определения параметров газа делается окончательное заключение о герметичности твэлов.

Для этого, до настоящего времени, используется установка прокола оболочек твэлов простой конструкции, описанной в работе [2], в которой приведена и методика расчёта параметров внутритвэльного газа. Основные

результаты многолетнего контроля количества газа под оболочкой, в зависимости от выгорания топлива в твэлах, представлены в [3]. Элементарные оценки величин напряжений оболочки за счёт давления в газовой полости, проведённые в модели тонкостенной трубки с заглушенными концами [2] с помощью аппроксимации по закону Шарля, показывают, что для достигнутых максимальных параметров эксплуатации твэлов в стационарных условиях, характерных для активной зоны БН-600 последней модернизации, максимальные напряжения оболочки твэлов не превышают $\sim(50\div 110)$ МПа при температурах $\sim(700\div 1700)^\circ\text{C}$.

Библиография

1. В.Ф. Росляков, В.В. Мальцев. Особенности поведения конструкционных материалов в спектре нейтронов быстрого реактора большой мощности. – Ядерная энергетика. Известия вузов, 2005 г., №1, с. 113-126.

2. М.В. Баканов, А.В. Ненахов, И.С. Дудниченко. Контроль работоспособности реакторных сборок после эксплуатации в активных зонах БН-600. Вторая модернизация оборудования «горячей» камеры. - Ядерная энергетика. Известия вузов, 2009 г., №2, с. 167-186.

3. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. НП-08-07. - С.36.